

СПОСОБЫ ОБРАЩЕНИЯ С ТВЁРДЫМИ РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ НИЗКОЙ И СРЕДНЕЙ АКТИВНОСТИ

Д.И. Маленко, Е.А. Самохина

Томский политехнический университет,
ИШЭ, НОЦ И.Н. Бутакова, гр. 5001

Научный руководитель: А.Ж. Калтаев, ассистент НОЦ И.Н. Бутакова ИШЭ ТПУ.

Одной из главных проблем атомных электростанций (АЭС), является обращение с радиоактивными отходами (РАО). Отходы являются результатом процесса эксплуатации АЭС, особенно велико их количество при выводе станции из эксплуатации. Например, современный энергоблок может накопить в среднем от 200 до 400 м³ твёрдых радиоактивных отходов (ТРО) ежегодно [1]. Стоимость хранения 1 м³ низкоактивных РАО составляет более 60 000 рублей в год [2]. Таким образом, переработка РАО является необходимым условием для обеспечения радиационной безопасности и снижения экономических затрат. Основными принципами осуществления деятельности комплекса работ с ТРО являются: осуществление приемлемой по всем стандартам организации МАГАТЭ уровня радиационной безопасности, учитывающих социальные и экологические аспекты; выбранные методы должны отвечать всем запросам по сферам экономической составляющей, технологии обязаны оправдывать целесообразность переработки отходов, а также удовлетворять требованиям радиационной безопасности обслуживающего персонала; включение максимально возможного количества обработанных отходов, то есть конструкционных материалов и радионуклидов, в промышленный комплекс страны.

Выбор подхода к управлению РАО обусловлен характеристиками отходов, их количеством, уровнем радиоактивности и химическим составом. Уже при сборе отходов, строго соблюдается их классификация. В зависимости от физического состояния, радиоактивные отходы разделяют на жидкие (ЖРО), твердые (ТРО) и газообразные (ГРО) [3]. Согласно уровню загрязненности, ТРО делятся на три категории, и их характеристики приведены в табл. 1. Отходы, входящие в последнюю категорию и составляющие небольшую часть общего объема радиоактивных отходов АЭС, не подлежат переработке, а проходят процедуры кондиционирования и последующего захоронения.

Таблица 1. Классификация ТРО по уровню радиоактивной загрязнённости [3]

Критерий	Излучатели, единица	Гр. отходов		
		1 низкая	2 средняя	3 высокая
1	мЭВ/ч	$1 \cdot 10^{-4} - 0,3$	$0,3 - 10,0$	$10,0$
2	β -Излучатели, Бк/кг;	$7,4 \cdot 10^4 - 3,7 \cdot 10^5$	$3,7 \cdot 10^6 - 3,7 \cdot 10^9$	$3,7 \cdot 10^9$
	α -Излучатели, Бк/кг.	$7,4 \cdot 10^4 - 3,7 \cdot 10^5$	$3,7 \cdot 10^5 - 3,7 \cdot 10^8$	$3,7 \cdot 10^8$
3	β -Излучатели, аст./($\text{см}^2 \cdot \text{мин}$);	$5 \cdot 10^2 - 1 \cdot 10^4$	$1 \cdot 10^4 - 1 \cdot 10^7$	$1 \cdot 10^7$
	α -Излучатели, аст./($\text{см}^2 \cdot \text{мин}$).	$5 - 1 \cdot 10^3$	$1 \cdot 10^3 - 1 \cdot 10^6$	$1 \cdot 10^6$

На данный момент доступно несколько различных методов для переработки и последующей утилизации радиоактивных отходов. Выбор метода зависит от характеристик конкретного вещества и его активности, с учетом ранее описанных концепций [4, 5].

Сжигание – эффективный способ сокращения объема горючих отходов, таких как пластмассы, древесина, спецодежда, обтирочные материалы и т. д. В работе [1] авторами было установлено, что газовым поток уносит вплоть до девяноста девяти процентов нуклидов, которые присутствуют в форме солей, сажи, золы. Оставшуюся долю радиоактивных частиц,

один-два процента от общего числа, составляют смолы и пары. Такие отходы, как резины и прочие полимерные материалы, в твёрдой фазе покидают камеру сгорания и составляют от десяти до двадцати процентов от массы всех смол. Как отмечалось выше, процент уноса радионуклидов очень велик. В частности, речь идёт о ^{137}Cs , который составляет от десяти до шестидесяти процентов исходной активности в твёрдых радиоактивных отходах [1], более детальный радионуклидный состав можно увидеть в табл. 2.

При сжигании радиоактивных отходов, количество радионуклидов уменьшается в сорок пять раз. Однако следует также отметить, что при сжигании образуются дымовые газы в большом объеме. Образовавшимся газам необходима дополнительная очистка от радиоактивных и вредных химических веществ перед тем, как они будут выброшены в атмосферу [7]. Помимо газов, образуется зола, в которой сконцентрированы радиоактивные изотопы. Проблема заключается в отсутствии эффективной технологии по безопасной перевозке и захоронения радиационной золы. В настоящее время, для этих целей укомплектовывают целые промышленные установки, что становится дополнительной энергетической, финансовой нагрузкой для предприятия [1].

Таблица 2. Радионуклидный состав радиоактивных отходов низкой и средней активности Нововоронежской АЭС [6]

Радионуклиды	Доля в общей активности, %	Удельная активность твёрдых отходов, Бк/кг	Удельная активность отработанных ионообменных смол, Бк/кг
Cs-137	54,0	$7,94 \cdot 10^5$	$7,02 \cdot 10^6$
Cs-134	4,5	$6,62 \cdot 10^4$	$5,85 \cdot 10^5$
Co-60	22,00	$3,23 \cdot 10^5$	$2,86 \cdot 10^6$
Co-58	1,5	$2,2 \cdot 10^4$	$1,95 \cdot 10^5$
Sr-90	13,0	$1,9 \cdot 10^5$	$1,7 \cdot 10^6$
Mn-54	5,0	$7,4 \cdot 10^4$	$6,5 \cdot 10^5$
Сумма	100,0	$1,47 \cdot 10^6$	$1,3 \cdot 10^7$

Альтернативной метод обращения с РАО является плазменно-пиролитическая технология. Данная технология переработки является одностадийной и способна перерабатывать отходы смешанной морфологии [8]. Конечным продуктом является расплавленный шлаковый компаунд, который характеризуется высокой степенью химической и радиационной стойкости, отвечает всем требованиям экологической безопасности [9]. Согласно методике [8], сжигание РАО включает следующие операции: сжигание, прессование или суперкомпактирование. В результате проведения этих операций объем отходов уменьшается в 4–8 раз. В то же время при плазменно-пиролитическом методе переработки, объем отходов уменьшается в 40–45 раз [10, 11]. К достоинствам плазменно-пиролитической технологии перед уже рассмотренным сжиганием относят и другие показатели. Поскольку плазменно-пиролитическая технология переработки подходит для отходов смешанной морфологии, это исключает необходимость в дополнительных операциях по сортировке. Кроме того, технология имеет широкий диапазон применения, возможно эффективно перерабатывать промышленные, медицинские и бытовые отходы [11]. Характерный для технологии одностадийный процесс даёт преимущества в скорости и дешевизне обработки одного кубометра отходов, при этом существенно уменьшается объём, выбрасываемый в атмосферу вредных газов, вплоть до половины в сравнении с сжиганием. Вместе с тем, нельзя не обратить внимание на существенный недостаток плазменно-пиролитической технологии, в процессе работы, наблюдается высокий процент (десятки процентов) уноса легколетучих радионуклидов, в частности радиоактивного Cs^{137} [1].

Другая используемая технология по обращению с ТРО – метод прессования. Твёрдые отходы подлежат прессованию, если доза излучения на расстоянии 10 см от поверхности отхо-

дов не превышает 0,5 мЗв/ч. Производительность условной прессовочной установки составляет около 3 кубометров в час, при том, что время одного цикла равняется трём секундам. Результатом работы считаются пакеты, то есть кипы, твёрдых отходов. Технология улучшалась и в настоящее время используют метод горячего прессования, что даёт выигрыш в уменьшения объема полимерных отходов. При горячем прессовании гранулы полимерных поливинилхлоридных пластиков расплавляются под воздействием температуры и давления. К преимуществам можно отнести: уменьшение объема в два-три раза; в отличие от предыдущих методик, отсутствует выделение радиоактивных аэрозолей; спрессованные отходы можно транспортировать и хранить в более безопасных условиях.

Другой перспективной технологией является метод микробиологической переработки. Он основан на способности бактерий разлагать органические вещества, такие как пластмассы, резина, целлюлоза, ионообменные смолы. Для этого используется биореактор, в котором штамм бактерий разрушает предварительно обработанный синтетический материал. В процессе переработки происходит уменьшение объема отходов в 10–20 раз. Продуктом являются следующие газы: 50–80 % метана от общего числа газов, около 20 % углекислого газа, 1–2 % водорода и сероводорода. Часть радионуклидов, например, ^{14}C и ^3H выходят в виде газов, оставшиеся элементы пребывают в жидком или твердом состоянии их можно обрабатывать известными способами [1]. Кроме того, добавление биоцидных добавок в цементный компаунд повышают безопасность долгосрочного хранения кондиционированных РАО в приповерхностных хранилищах [12]. Однако, при этом происходят микробиологической деградации цементных компаундов, которые можно устранить полимерными добавки класса полигексаметиленгуанидинов [12].

Можно заключить, что плазменно-пиролитическая технология переработки твердых радиоактивных отходов является наиболее перспективной. Несмотря на повышенные операционные издержки, данная технология позволяет обращаться с большей номенклатурой отходов и их более эффективное концентрирование [11]. Тем не менее, подчеркнутые недостатки технологии требуют подходить к проблеме обращения с ТРО системно, поскольку анализ методик обращений с РАО показал, что универсальный подход так и не разработан. Для эффективного обращения с радиоактивными отходами необходимо комбинировать различные методики, модифицировать существующие технологии, уделять внимание принципиально новым и улучшать техническую политику, которая должна охватывать весь жизненный цикл радиоактивных отходов, начиная с момента их появления и заканчивая безопасной изоляцией от окружающей среды.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Скачек М.А. Обращение с отработавшим ядерным топливом и радиоактивными отходами АЭС. – М.: Издательский дом МЭИ. – 2007. – Т. 448.
2. Polkanov M.A., Semenov K.N. e. a. WM2011 Conference, February 27 March, 2011, Phoenix, AZ.
3. Ядерная индустрия России. – М.: Энергоатомиздат, 1999. – 1040 с.: ил ISBN 5-283-03180-2
4. Маркитанова Л.И. Проблемы обезвреживания радиоактивных отходов // Научный журнал НИУ ИТМО. Серия: Экономика и экологический менеджмент. – 2015. – № 1. – С. 140–146.
5. Баринов А.С., Волков А.С., Лашенов С.М. Технологии переработки и кондиционирования РАО // Безопасность ядерных технологий и окружающей среды. – 2011. – № 1. – С. 156–161.
6. Бобраков А. Н. и др. Российский опыт переработки твердых радиоактивных отходов: достижения и перспективы // Российский химический журнал. – 2012. – Т. 56. – №. 5–6. – С. 76–86.
7. Dmitriev S.A., Gorbunov V.A., Knyazev I.A., Kobelev A.P., Kornev V.I. e. a. Proc. ENS Topseal'99 «RAWM: Commitment to the Future Environment». Antwerp, Belgium, 1999, v. 1, p. 193–200.
8. Gorbunov V.A., Polkanov M.A., Kadyrov I.I. et al. Plasma Technologies: The Enhancement of the Joint Treatment of Combustible and Noncombustible Solid Radioactive Wastes / KONTEC 2011. Conditioning of Radioactive Operational & Decommissioning Wastes: Proc. of the 10th International Symposium, Dresden, Germany, April 06–08 2011. – CD-ROM, ID 067.
9. Патент RU 2320038 C2, МПК G21F 9/00 Способ и установка для переработки радиоактивных отходов / ЗАО «Альянс-Гамма», ГУП МосНПО «Радон», Арустамов А.Э., Васендин Д.Р., Горбунов В.А., Дмитриев

- С.А., Лифанов Ф.А., Кобелев А.П., Полканов М.А., Попков В.Н. – № 2005135826/06; Заяв. 18.11.2005; Опубл. 20.03.2008, Бюл. № 8.
10. Dmitriev S.A., Lifanov F.A., Kobelev A.P. et al. Technology of plasma for treating radioactive waste: the step forward in comparison with incineration / WM'2010: Proc. Waste Management Conference, March 7–11 2010, Phoenix, Arizona, USA. – CDROM, ID10166.
 11. Горбунов В.А. Плазменно-пиролитическая переработка твердых радиоактивных отходов АЭС / В.А. Горбунов, М.А. Полканов // Вопросы радиационной безопасности. – 2014. – № 3(75). – С. 26–31. – EDN STTWSJ.
 12. Горбунова О.А. Влияние микробиологической деструкции цементной матрицы на безопасность длительного хранения кондиционированных радиоактивных отходов / О. А. Горбунова // Физика и химия обработки материалов. – 2011. – № 4. – С. 98–106. – EDN OCSBUJ.

СПОСОБЫ ОБРАЩЕНИЯ С ОТРАБОТАВШИМ РЕАКТОРНЫМ ГРАФИТОМ

Е.А. Самохина, Д.И. Маленко

*Томский политехнический университет,
ИШЭ, НОЦ И.Н. Бутакова, гр. 5001*

Научный руководитель: К.Б. Ларионов, к.т.н., доцент НОЦ И.Н. Бутакова ИШЭ ТПУ

Необходимость поиска безопасной утилизации реакторного графита связана с ограниченным сроком службы блоков атомных электростанций. На данный момент в России функционирует восемь энергоблоков с реактором типа РБМК-1000 [1], которые в свою очередь содержат 1850 т чистого графита [2]. Согласно дорожной карте Концерна Росэнергоатом [1], с 2023 по 2027 год запланирован вывод из эксплуатации трех энергоблоков (№ 2 Курской АЭС, № 3 и 4 Ленинградской АЭС). Таким образом, остро встает вопрос о разработке общепризнанной технологии, обеспечивающей безопасную изоляцию отработавшего реакторного графита на весь срок его потенциальной радиоактивной опасности.

Выбор метода обращения с активным графитом зависит от степени его загрязненности радионуклидами. Активность графита определяется целым рядом причин [2], будь то нейтронная активация углерода, загрязнение продуктами активации газа; попаданием в кладку теплоносителя или продуктов деления, ядерного топлива.

Радиоактивность графита обеспечивают следующие изотопы: ^3H , ^{14}C , ^{36}Cl , ^{55}Fe , ^{60}Co , ^{65}Zn , ^{134}Cs . Именно такой состав графитовой кладки (при отсутствии просыпей ядерного топлива) был зарегистрирован в Чернобыльской АЭС [3]. Уровень гамма фона от реакторного графита, а следовательно, и мероприятия по защите персонала при обращении с отходами (при демонтаже кладок, обращении с контейнерами и др.), определяются гамма излучающими нуклидами, прежде всего, ^{60}Co , ^{134}Cs [3]. На длительной выдержке графита его активность будет определяться наличием долгоживущих нуклидов ^3H , ^{14}C , ^{63}Ni [2].

Согласно нормам действующего законодательства облученный графит является разновидностью радиоактивных отходов, т. к. дальнейшее его использование не предусмотрено. В соответствии с Постановлением Правительства РФ [4] кладки уран графитовых реакторов (УГР) (при отсутствии просыпей топлива) относятся ко второму классу удаляемых твердых РАО (долгоживущие отходы средней категории активности) и подлежат утилизации в пунктах глубинного захоронения (ПГЗРО) без предварительной выдержки. Графит, загрязненный продуктами деления топлива, неоднороден по своему загрязнению и будет относиться к первому классу, а также подлежать захоронению в ПГЗРО с предварительной выдержкой в целях снижения его тепловыделения.

Одним из начальных этапов предварительной обработки отработавшего графита может быть его дезактивация. Целью является удаление радионуклидов из объема графитовой